

JRR-2の第2次出力上昇試験

1963年3月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

JRR-2 の第2次出力上昇試験

要 旨

この報告書は JRR-2 の第1次出力上昇試験後、設計出力10MW の出力上昇までの1つのステップとしての3MW、第2次出力上昇試験について記したものである*。試験は昭和36年11月15日から開始され、11月29日に3MW に到達し、3MW での連続運転をおこなって12月16日終了した。

昭和37年11月

日本原子力研究所
JRR-2 管理課**

2nd Power-up Test for JRR-2

Summary

The 2nd power-up for JRR-2 (Japan Research Reactor No. 2) was started Nov. 15, 1961; the reactor attained 3 MW on Nov. 29, operating for a 24 hr continuous operation in good condition.

Nov., 1962

JRR-2 Operations Section
Japan Atomic Energy Research Institute

* 執筆者：荘田勝彦

** 関係者：神原豊三，宇野秀郎，荘田勝彦，平田穰，庄司務，小早川透，高柳弘，藤村勘，森田守人，市原正弘，小金沢卓，池田良和，中井靖，萩野谷欣一，宮坂靖彦，荒瀬功，吉川静雄，根本伝次郎，牛尾正二，八巻治恵，小山田六郎，大場永光，松浦博士，上野三安，堀木欧一郎，富岡秀夫，渡辺智美，川上弘紀，沢井定，谷口薫，大田黒寛治，高村三郎，鈴木義雄，田村和行，戸根弘人，番場正男，家田千代子，前沢慶治，岩下利，吉藤久，福田保昌，山口森，金成章，笠原佑倅，原邦男，広原進，谷政則，飯田謙一，宮丸金則，星良雄
(外来研究員) 杉本脩，北村孝，上田一成，石毛実

目 次

1	緒 言	1
2	出力上昇試験前の準備	1
2.1	各系統の点検整備	1
2.2	第1次出力上昇試験以後の運転実績	1
2.3	燃料要素の交換および追加	2
2.4	最大熱出力の決定	3
2.5	破損燃料検出装置	4
2.6	実験孔の状態	4
2.7	冷却系	5
3	燃料交換	5
4	出力上昇試験	5
5	3 MW 運転の結果	5
5.1	生体遮蔽	6
5.2	^{41}Ar の放出	6
5.3	重水中の放射性核種	6
5.4	実験孔内のグラファイトの温度上昇	9
6	結 言	10

Contents

1	Introduction	1
2	Preparation for the power-up test	1
2.1	Checking and equipment for each system	1
2.2	Performance of the JRR-2 since the 1st power-up test	1
2.3	Exchange and addition of fuel elements	2
2.4	Determination of the maximum thermal power	3
2.5	Failed fuel detector	4
2.6	Condition of the beam tube	4
2.7	Cooling system	5
3	Exchange of fuel elements	5
4	Power-up test	5
5	Results of the 3MW operation	5
5.1	Biological shield	6
5.2	Rerelease of ^{41}Ar	6
5.3	Radioactive nuclides in heavy water	6
5.4	Temperature increase of graphite in the beam tube	9
6	Conclusion	10

1 緒 言

JRR-2の第2次出力上昇試験は、8月末に燃料3本が到着し手持燃料が6本になったので、挿入してある19本の燃料中、問題があると思われる燃料5本を新燃料に交換して、昭和36年11月15日から開始し11月29日、目標の3MWに到達した。今回の出力上昇は第1

次出力上昇試験の経験があったので気分的に余裕はあったが、出力が大となるために生じる恐れのある種々の問題を考慮して、前回と同様にこきざみに出力を上昇させていった。

2 出力上昇試験前の準備

2.1 各系統の点検整備

9月から10月にかけて、制御系、重水系、熱遮蔽軽水系、ヘリウム系、2次軽水系、被照射空気系などの各種機器類の定期検査をおこなった。さらに後備安全装置を実際に作動させる試験も、配管などはずしておこない出力上昇試験の準備に万全を期した。

制御系では、現在まで出力1,000kWにあわせてスクラムおよびアラーム回路を設定していたので、これを次のように変更した。Safety amp. は目盛の関係上5,500kWスクラムに、Log N amp. は4,000kWアラーム、5,000kWスクラムに変更した。他のスクラムおよびアラームの設定点は前回と同様にした。ただし、重水モニターのアラーム設定点は、重水の放射線量率のバックグラウンドがどの程度になるか不明なので、一応現在のチェンバーの位置*で10mr/hrとした。

2.2 第1次出力上昇試験以後の運転実績

第1次出力上昇試験を含めて3月6日から8月17日までの運転実績をTABLE 1に示してある。この間、

TABLE 1 Performance of the JRR-2 since 1st power-up test

Date	Power level (over 10kW)	Power output
1961. 6	10kW operation	19kWh
Mar. 7	100kW "	72kWh
8	200kW "	546kWh
9	200kW 8.5hr continuous operation	1,996kWh
13	200kW operation	341kWh
14	500kW "	1,172kWh
15	750kW "	1,576kWh
16	950kW "	2,565kWh

* 蛇管の中心に対して1/10の線量率の位置。

20	10kW operation	5kWh
22	1000kW "	2,226kWh
23	10kW "	8kWh
27	10kW "	5kWh
31	10kW "	2kWh
April 3	10kW "	5kWh
5	200kW 15hr continuous operation	2,317kWh
6	300kW 17hr " "	5,958kWh
7	10kW operation	2kWh
11	10kW "	7kWh
12	500kW "	179kWh
13	1000kW "	5,726kWh
18	1000kW "	3,064kWh
19	500kW "	716kWh
20	1000kW 24hr continuous operation	24,695kWh
21		
25	10kW operation	3kWh
27	500kW "	661kWh
May 9	10kW "	6kWh
10	500kW "	1,555kWh
11	1000kW "	1,305kWh
12	1000kW "	2,382kWh
16	10kW "	3kWh
17	500kW "	560kWh
18	1000kW 30hr continuous operation	11,600kWh
19		
20	10kW operation	12kWh
22	10kW "	6kWh
25	1000kW 27hr continuous operation	9,792kWh
26		
31	1000kW 33hr continuous operation	8,343kWh
June 1		
2	10kW 14hr continuous operation	1,191kWh
July 3	10kW operation	8kWh
4	10kW "	17kWh
5	10kW "	10kWh

6	100kW operation	101kWh
7	1000kW "	973kWh
10	1000kW 30hr continuous operation	11,975kWh
11		18,499kWh
13	1000kW 25hr " "	4,540kWh
14		21,767kWh
17	1000kW 28hr " "	11,759kWh
18		15,866kWh
20	1000kW 32hr " "	12,057kWh
21		20,350kWh
26	10kW operation	4kWh
27	1000kW "	3,257kWh
Aug. 1	1000kW 32hr continuous operation	10,405kWh
2		21,900kWh
9	" "	12,058kWh
10	" "	20,284kWh
15	" "	12,220kWh
16	" "	20,133kWh
17	10kW operation	10kWh
Total power output as of the end of August, 1961		368,477kWh

1MW の24時間以上の連続運転を11回おこない、1MW での各種のデータをとった。この間の総出力量は約37万kWhであったが、特に大きな問題は生じなかった。臨界になった昭和35年10月から36年8月末までの故障の内容を TABLE 2 に示してあるが、小さな故障で簡単に修理補修をおこなうことができた。

2.3 燃料要素の交換および追加

現在装荷されている燃料19本は、度々報告されているように¹⁾、燃料要素のU-Al合金中にUあるいはUCと考えられる inclusion をもったものが含まれている。Inclusion は局所的にUの量が多いので、局部的発熱の問題と、inclusion がUの場合、grain growth とかが発生による swelling などのためにアルミニウム被覆破損を生じ、核分裂生成物を放出する問題がある。inclusion などを考慮して燃料を分類してみると良好なものから A8本、B5本、C2本、D2本、E2本となった。よって、このうちDとEの4本と、表面にキズのある1本計5本を交換して第2次出力上昇試験を実施することに決定した。手持ちの燃料要素としては、3月末に3本、8月末に3本、計6本をもっていたので、結局、手持ちを1本として5本を交換することにきめた。しかし、残りの1本も出力上昇試験の最後の段階で追加した。

TABLE 2 Details of the failure in the JRR-2
(Oct. 1960—Aug. 1961)

Date	Types of failure
1960. 11. 24	Log N CIC power supply filter 回路の condenser 不良取換
12. 1	Safety amp. tube V5 (6CD6G) 交換
1961. 1. 19	Press gage amp. 6X4, 6AQ5 交換
1. 21	Hi stack rad. relay K150 不良取換
1. 31	Control rod No. 1 絶縁不良, 以後他の rod も全部補修した
2. 15	Control rod No. 3 magnet 底部メッキ不良 再メッキする
2. 27	流量計 FI-1 交換取付
3. 13	Linear N セレン整流器交換
3. 30	流量計 FI-4 フロート受棒交換
4. 30	Cooling tower fan No. 3 不調
5. 27	Area monitor No. 1 修理
6. 28	Control rod No. 3 取替え He blower 逃しバルブ修理
7. 5	Area monitor meter 修理
7. 12	He heater 断線修理
7. 18	Log N CIC power supply filter 回路の condenser 不良取換
8. 21	Log N CIC 炉面でコード断線—修理
8. 22	Flasher bus motor 交換 Alarm buzzer 交換

19本の燃料要素のX線フィルムを観察し、各要素に含まれる inclusion の最大のもののうち0.050" を超えるものについて表にすると TABLE 3 のようになる。ただし、フィルムに写っている inclusion の形状は、針状、矩形、楕円形、円形、不規則形など多種多様であるが、すべて同面積の円形の直径に換算してある。これは熱的には安全側にとった見方である。

厚さに関してはフィルムの黒化度から類別した。表

TABLE 3 Fuel elements in JRR-2
(Dimension of the inclusion area obtained by radiography)

Fuel element	Inclusion		Mottled area	No. of elements exchanged
	Dia.	Thickness		
1	0.050"	**		
2	0.050	**		
3	—			
④	0.075	***		9
⑥	—		***	24

7	0.095	*		
8	0.060	***		
⑩	0.085	**		10
⑫	0.055	***	***	5
⑬	0.065	*	***	25
14	—			
15	0.060	***		
16	—			
17	—		*	
18	<0.050	***		
19	0.085	*		
20	0.055	*		
21	—			
22	—		**	
				23 addition

Items encircled are exchanged elements

中 * 印は厚さがきわめて薄いもので、inclusion ではなく meat か clad の厚みが局部的に大きいためではないかとも考えられる。 ** 印は inclusion と考えられるがきわめて厚みの小なもの、 *** 印は明らかに inclusion と判断されるものである。燃料の製造会社 M&C 社で *** 印よりさらに黒化度の小さい inclusion 部を実際に切断してみた結果、厚みはせいぜい 10~15 mil であったから、表中の *** 印のものでも厚みは 10 mil 以下と考えられる。

なお mottled area のあるものは、* 印は黒白が少ないもの、*** 印ははっきり縞模様をなしているものである。

この X 線フィルムの結果と、燃料の外観検査の結果から、交換する燃料は TABLE 3 に示されているように、燃料要素 No. 6, 11, 12, 13, 4 の 5 本に決定した。

2.4 最大熱出力の決定

第2次出力上昇試験の最大熱出力をいくらに決定するかは、種々の要素を考慮して十分安全側にとらねばならなかった。

まず、交換する燃料を 2.3 に示したように決めると、残りの燃料のうち熱的にもっともきびしい条件をもつものは燃料要素 No. 15, 18 の2本であろう。これらに含まれている inclusion の厚みを一律に 10 mil と仮定し、直径を No. 15 の場合の 60 mil ととり、inclusion を金属ウランと仮定した場合の最大許容熱出力は 5.5 MW となる。すなわち、Fig. 1 は、半径 r

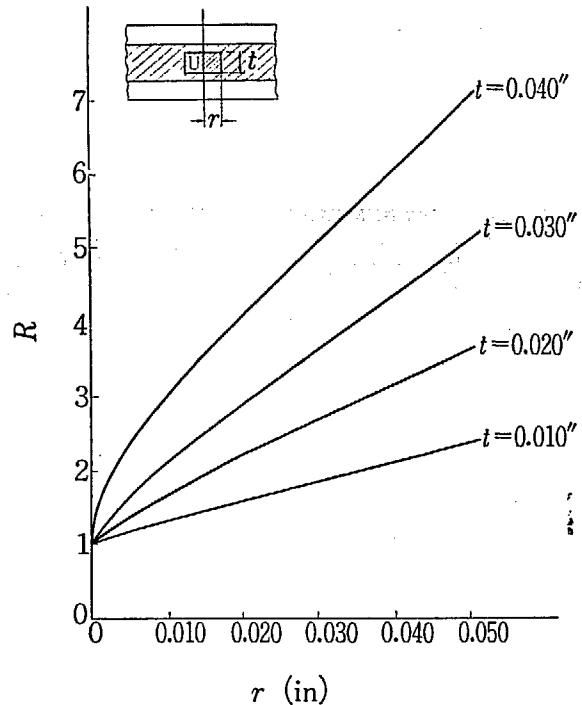


Fig. 1 Temperature rise factor of metallic U

厚さ t の円板状の inclusion が U-Al 合金の中央部にあった場合の中心最高温度と冷却材温度との差が、正常な場合に比し何倍 (R) になるかを示したもので、これより $R=1.8$ となるから inclusion が金属ウランの場合は

$$10 \text{ MW} \times 1/1.8 = 5.5 \text{ MW} \quad (1)$$

になる。

次に、この燃料要素の保持機構は、ラッチで燃料保持管にとめられているが、万一はずれることがあると燃料が浮上してしまう恐れがある。したがって、重水系のポンプは主重水ポンプ1台のみ運転し、ラッチがはずれても燃料が浮上しないようにした。ポンプを1台のみ運転することにより最大許容熱出力は

$$5.5 \text{ MW} \times (1/2)^{0.8} = 3.2 \text{ MW} \quad (2)**$$

となる、しかし、ポンプ1台を使用するときの流量は、2台使用するときの 1/2 より若干多い。さらに、JRR-2 の AMF 社の設計によれば、燃料要素 14 本で 10 MW の熱出力を出せることになっている。したがって、19 本あるいは 20 本使用したとき、14 本で 10 MW 出したときと同じ熱負荷を与えると考えれば、最大許容熱出力は 19 本では

$$3.2 \times 19/14 = 4.3 \text{ MW} \quad (3)***$$

20 本では

$$3.2 \times 20/14 = 4.6 \text{ MW} \quad (4)****$$

TABLE 4 Fuel failure detectors of the JRR-2

The type of detectors		対象とする核分裂生成物	予想する存在量	予想する計数	正常時に計数を与える核種	正常時の計数	検出感度 ^{*3}
Helium system	Counter	Kr, Xe	0.16 μc	8000 cpm	⁴¹ Ar	1000 cpm	9
	Fission products precipitator	Cs, Sr	$2 \times 10^{-3} \mu\text{c}$	600 cpm	⁴¹ Ar	100 cpm 以下	7
Heavy water system	Ion exchange separation counter	I	$5 \times 10^{-4} \mu\text{c/cc}$	2000 cpm/hr ^{*2}	重水中の腐食生成物イオン	2000 cpm/hr ^{*2}	2
	Delayed neutron detector	Br, I	$5 \times 10^{-4} \mu\text{c/cc}$	130 cps	D	1 cps	131

*1 1 MW 運転の際の計数と 100 mil \times 30 mil 厚の inclusion が cladding failure をおこした場合に検出装置内で予想される核分裂生成物の量およびこれによる予想される計数が示してある。

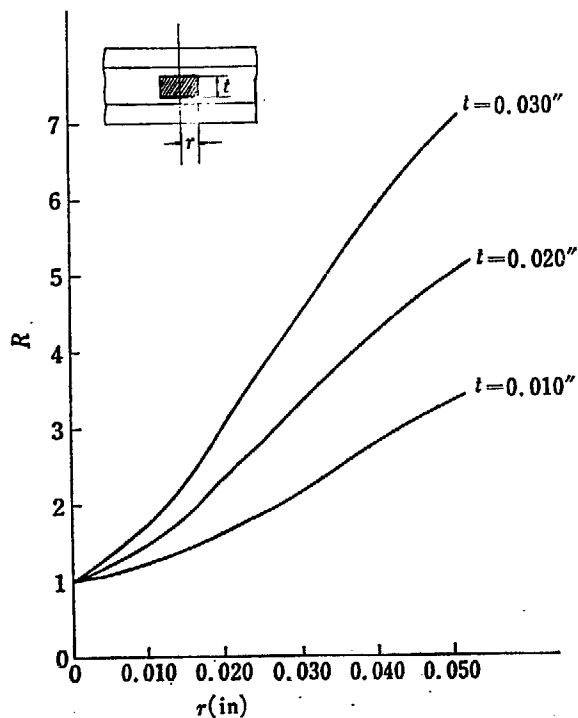
*2 1 時間あたりの計数増加の場合

*3 正常時の計数を 1 として failure 発生時の計数の倍率

となる。これらの計算では推定過程に含まれている仮定はすべて安全側にとってあるが、この結果より、さらに安全を考慮して今回の出力上昇試験の最高熱出力は 3 MW に決定した。

* 詳細計算^{2,4)}の結果は $R=2.1$ となり(下図参照), したがって(1)式は次のようになる。

$$10 \text{ MW} \times 1/2.1 = 4.77 \text{ MW}$$



Temperature rise factor of metallic U

** 上記の値: 4.77 MW を用いると式 (2), (3), (4) の
*** 各数値はそれぞれ 2.76 MW, 3.75 MW, 3.94 MW となる。

2.5 破損燃料検出装置²⁾

前回の第 1 次出力上昇試験からヘリウムおよび重水系にそれぞれ 2 種ずつ設置した破損燃料検出装置を TABLE 4 に示してある。現在まで約 370,000 kWh の運転中、核分裂生成物によると思われる信号はまったく検出されていない。これらの検出装置の感度も TABLE 4 に示してあるが、出力を上昇させると検出装置のバックグラウンドが上昇することが予想されるので、遮蔽を補強した。また、ヘリウム系に設置された核分裂生成物沈積箱にヘリウムガス中に含まれる重水蒸気がコンデンスするのがみられたので、改良し蒸気がこないようにした。

2.6 実験孔の状態

今回の出力上昇試験時には前回と同様に水平実験孔内のグラファイトを温度上昇を測定することにして 4", 6", 7 1/2" 径の実験孔に設置した。11 インチの実験孔のグラファイトは 1 MW 時の記録からみて、相当温度が上昇することが予想されるので、検討の結果

TABLE 5 Operating conditions of water- and gas-circulation systems

重水系	補助ポンプ DP-3 主重水ポンプ DP-1 エジェクター運転
熱遮蔽系	軽水ポンプ PP-1 運転
ヘリウム系	ブローア-運転
被照射空気系	ブローア-運転
2 次冷却系	主ポンプ, プースターポンプ運転 重水温度によりファンを運転

取除くことにした。この結果ボイドがふえ、余剰反応度を犠牲にすることになった。また、中央実験孔の重水温度と、2本の垂直実験孔にグラファイトを挿入して温度上昇を測定することにした。さらに、すでにJRR-2に設置してある実験装置で温度が測定できるものは働かせることにした。

2.7 冷却系

冷却系のポンプ類の運転の状態は TABLE 5 のとおりであるが、2次系の冷却塔のファンは重水温度によって何台かを運転することにした。すなわち、このファンを運転あるいは停止することによって、重水温度をなるべく一定温度にする運転をこころみだが、外気温度に相当左右されるので困難であった。

3 燃料 交換

「2.2 第1次出力上昇試験以後の運転実績」で述べたように、装荷されている燃料のうち、5本の交換を11月6日から開始した。Burn up は少ないが、かなりの高放射線量率をもつ燃料なので、交換は慎重におこない、6日には燃料要素 No. 9 を No. 4 と交換、7日には No. 24 を No. 6 と、No. 5 を No. 12 と交換

した。さらに、8日には No. 10 を No. 11 と、No. 25 を No. 13 と交換し、燃料の交換を無事終了した。取出した燃料は炉室内に設けてある使用済燃料貯蔵プールに入れられた。燃料交換によって純度が低下したヘリウムを純化して運転の準備を完了した。

4 出力上昇試験

出力上昇試験は一応5本の新燃料による低出力運転を終えてから開始した。11月15日には1.5 MW で2時間、16日には1.5 MW で3時間運転後、2 MW で30分、17日は2 MW で2時間運転した。次の週の20日には2 MW で1時間、21日には6.5時間、24日には9.5時間運転をして2 MW でのデータをとった。次の週の27日には2.5 MW で2時間、29日には2.5 MW で3時間運転後3 MW に到達し、1時間運転後停止した。12月6、7日の両日3 MW で24時間、さらに、燃料を1本追加して合計20本で15、16の両日3 MW で20時間の運転をして第2次出力上昇試験を終了した。これらの運転の実績を TABLE 6 にまとめてある。

TABLE 6 Performance of the JRR-2 2nd power-up test

Date	Power level	Power output
1961. Nov. 15	1 MW 2 hr	3,586 kWh
Wed	1.5 MW 2 hr	
16	1.5 MW 3 hr	6,277 kWh
Thu	2 MW 0.5 hr	

17	1.5 MW 0.5 hr	5,709 kWh
Fri	2 MW 2 hr	
20	1.5 MW 0.5 hr	3,871 kWh
Mon	2 MW 1 hr	
21	1.5 MW 0.5 hr	14,652 kWh
Tue	2 MW 6.5 hr	
24	1.5 MW 0.5 hr	20,215 kWh
Fri	2 MW 9.5 hr	
27	2 MW 1.5 hr	11,858 kWh
Mon	2.5 MW 2 hr	
29	2.5 MW 3 hr	13,418 kWh
Wed	3 MW 1 hr	
30	2 MW 0.5 hr	9,961 kWh
Thu	3 MW 2.5 hr	
Dec. 6	2.5 MW 0.5 hr	75,133 kWh
Wed		
7	3 MW 24 hr	65,472 kWh
15	2.5 MW 0.5 hr	
16	3 MW 20 hr	

5 3 MW 運転の結果

12月6、7の両日の3 MW 24時間運転の記録を

Fig. 2 に示してある。このときの燃料は19本で、運

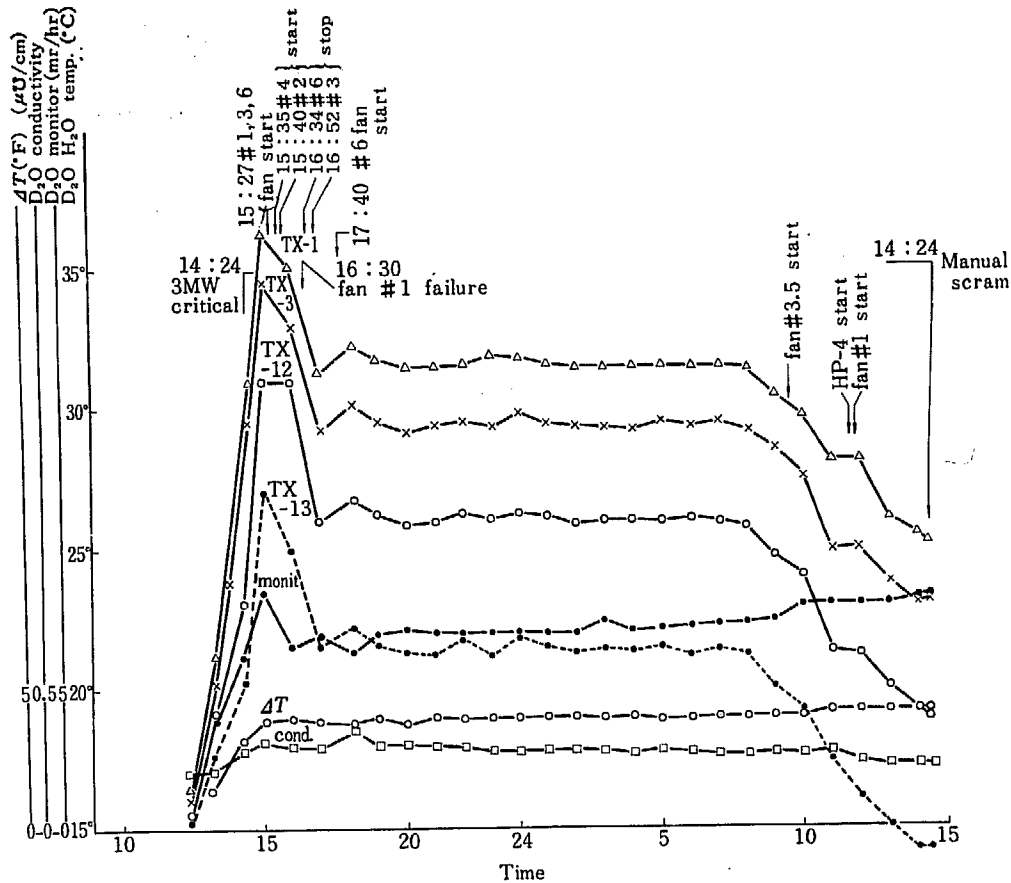


Fig. 2 3,000 kW 24 hr operation

転時間が経過しセソンの蓄積がすすみ、余剰反応度が少なくなってきたので、重水温度を下げて制御棒が上がりすぎないようにした。燃料 19 本では余剰反応度が十分でないので 1 本追加し、合計 20 本で 12 月 15, 16 の両日 3 MW 20 時間運転を再度おこなった。その記録を Fig. 3 に示してある。

5.1 生体遮蔽

2 MW および 3 MW での放射線の線量率を前回と同様な方法で測定した。Fig. 4 は 3 MW 出力時の炉室内の速中性子、熱中性子、 γ 線の線量率を示してある。この図でみられるように、実験装置のついている実験孔は炉本体と装置との間隔からの漏洩がみられた。よってこれらの装置は遮蔽を補強してできるだけ放射線量率をおとすようにした。

一方、地下のポンプ室に測定器をおいて運転中の γ 線の線量率を測定した。キューティ・パイのメーターをポンプ室にあるテレビ・カメラでとらえて制御室で記録した。測定箇所を Fig. 5 に測定値を TABLE 7 に示してある。この γ 線は炉を停止すると瞬間的に下

がるので、大部分 ^{16}N からのものと考えられる。ポンプ室は厚いコンクリートの壁でおおわれているので、ポンプ室外には漏洩はみとめられなかった。

5.2 ^{41}Ar の放出

炉が高出力になると被照射空気系からの放射化されたアルゴンが増加してくる。この ^{41}Ar の量は実験孔の状態などによって大きく左右される。すなわち、実験孔が空で空気の量が多いと ^{41}Ar の量は増大する。また、実験装置によって外部から空気を吸込むような場合も増大する。TABLE 8 に 2 MW および 3 MW 時の ^{41}Ar の放出率等が示してある。参考のために 8 月における 1 MW 時の値ものせてあるが、だいたい出力に比例しているのがみられる。

5.3 重水中の放射性核種³⁾

JRR-2 は減速材および 1 次冷却材として重水を用いているので、高出力で運転すると重水の放射線量率が上昇し、ポンプ室やファン・ルームの空間線量率が上がる原因となる。重水中の放射性核種をわけると次

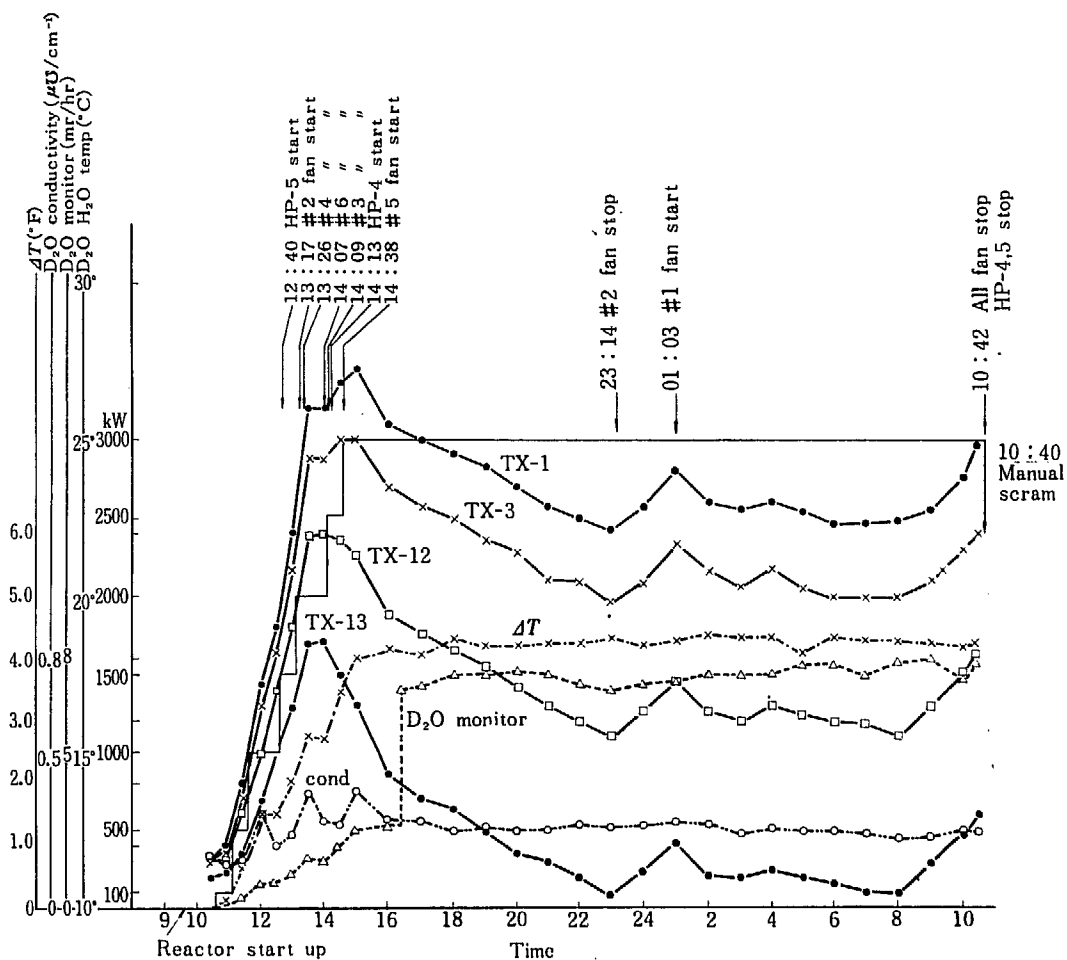


Fig. 3 3,000 kW 20 hr operation (Dec. 15~16 1961)

TABLE 7 γ dose rate in D₂O pump room

	500 kW	1000 kW	1500 kW	2000 kW	2500 kW	3000 kW	From floor	
A	160	320	—	600	740	900	20 cm	hight
	200	800	—	1600	—	2500	2 m	"
B	—	800	1100	1500	2000	—	20 cm	"
	420	900	—	1750	2150	2600	30 cm	"
C	500	1500	2500	3300	5000	5000	2 m	"
	170	280	400	500	740	750	1 m	"
D	5	10	15	22	25	—	1.5 m	"
E	35	50	62	76	100	103	20 cm	"
F	100	150	—	250	—	350	1 m	"
	50	100	—	200	250	300	30 cm	"
G	30	90	130	180	260	280	30 cm	"
	160	320	460	600	740	900	1 m	"

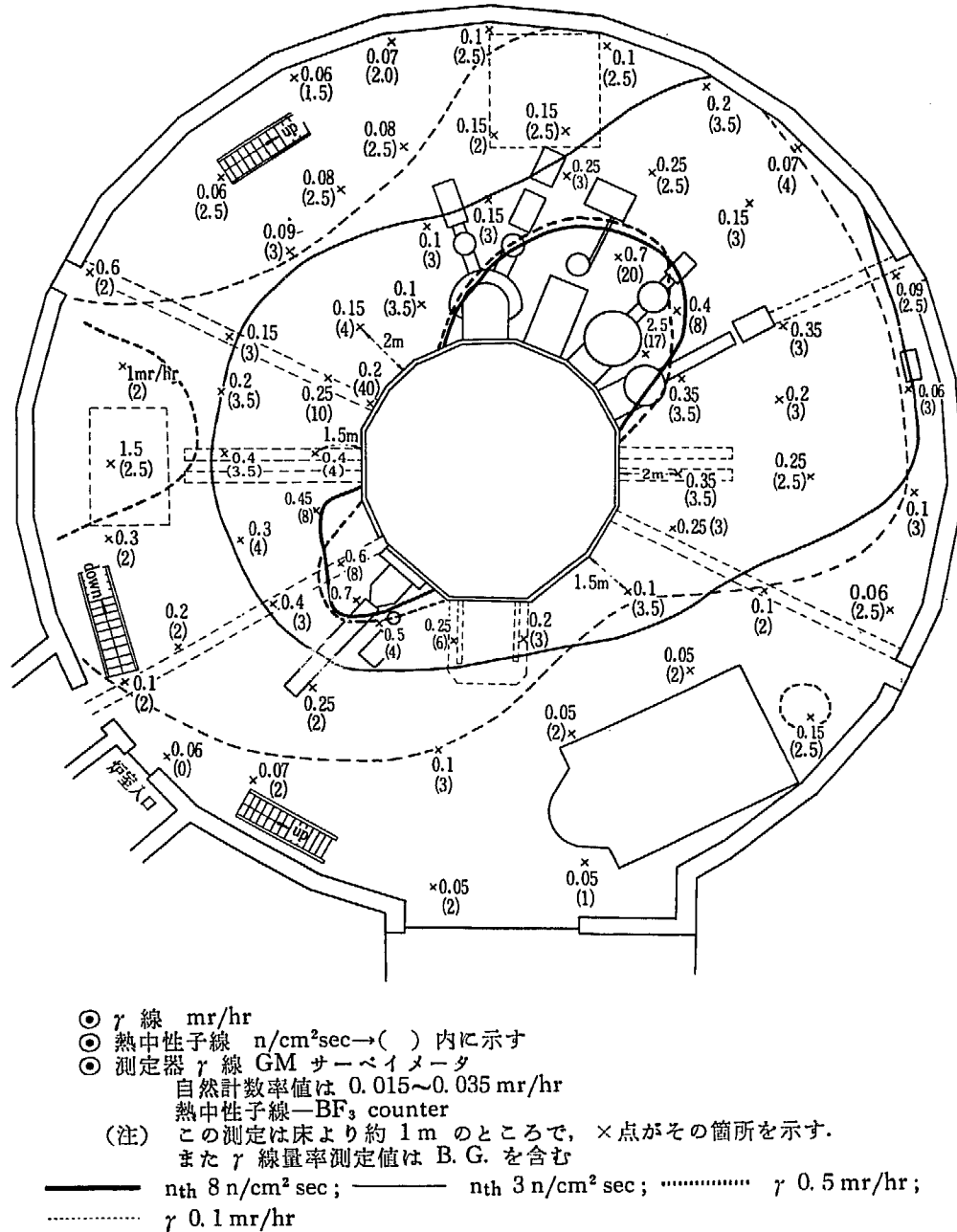


Fig. 4 The radiation map of JRR-2 reactor room at 3,000 kW operation (Dec. 15 p. m. 8.00 1961)

の5種類が考えられる。

- (1) 重水に固有のもの
- (2) 重水中に含まれている不純物によるもの
- (3) 燃料から反跳により生ずるもの
- (4) 燃料表面に付着しているウランから生ずるもの
- (5) 燃料が破損した際に放出される核分裂生成物
このうち重水に固有なものとしては 3T , ^{17}N , ^{19}O , ^{16}N , ^{17}F , ^{18}F があるが, 3T , ^{18}F を除いては半減期が短く数秒から数十秒なので確認は困難である。 3T は

重水炉では問題にされているが、現在は存在量も少なく、 $100 \mu c/l$ 程度で 3T 蒸気は検知されていない。原子炉の構造材料であるアルミニウムまたはその中に含まれる不純物からくるものとしては、 ^{24}Na , ^{56}Mn , ^{27}Mg , ^{28}Al などある。この他に ^{38}Cl があるようであるが、この ^{38}Cl がくる原因は明らかでない。外国の重水炉でも Cl が検知されている例もあるが、おそらくイオン交換樹脂に付いている Cl によるものであると推定されるが詳細は不明である。

他に、燃料を成型した際に、表面に付着したウラン

TABLE 8 Rerease rate of ⁴¹Ar

Date	Reactor power	被照射空気ダクト中の濃度			被照射空気ダクト中の流量	煙突からの ⁴¹ Ar 放出率 (平均)
		max.	min.	average		
1961. 8. 1~8. 2 (32 hr 運転)	1 MW	3.05×10^{-4} $\mu\text{c}/\text{cc}$	2.85×10^{-4} $\mu\text{c}/\text{cc}$	2.93×10^{-4} $\mu\text{c}/\text{cc}$	0.14×10^6 cm^3/sec	41 $\mu\text{c}/\text{sec}$
1961. 11. 21 (6.5 hr 運転)	2 MW	5.8×10^{-4}	5.65×10^{-4}	5.72×10^{-4}	0.14×10^6	80 "
1961. 11. 24 (9 hr 運転)	2 MW	5.9×10^{-4}	5.65×10^{-4}	5.78×10^{-4}	0.14×10^6	81 "
1961. 12. 6~12. 7 (24 hr 運転)	3 MW	4.6×10^{-4}	4.3×10^{-4}	4.5×10^{-4}	0.33×10^6	148 "
1961. 12. 15~12. 16 (20 hr 運転)	3 MW	4.9×10^{-4}	4.6×10^{-4}	4.8×10^{-4}	0.33×10^6	158 "

被照射空気は炉室換気といっしょになり、煙突から排出される。排出流量は $10 \text{ m}^3/\text{sec}$ である。

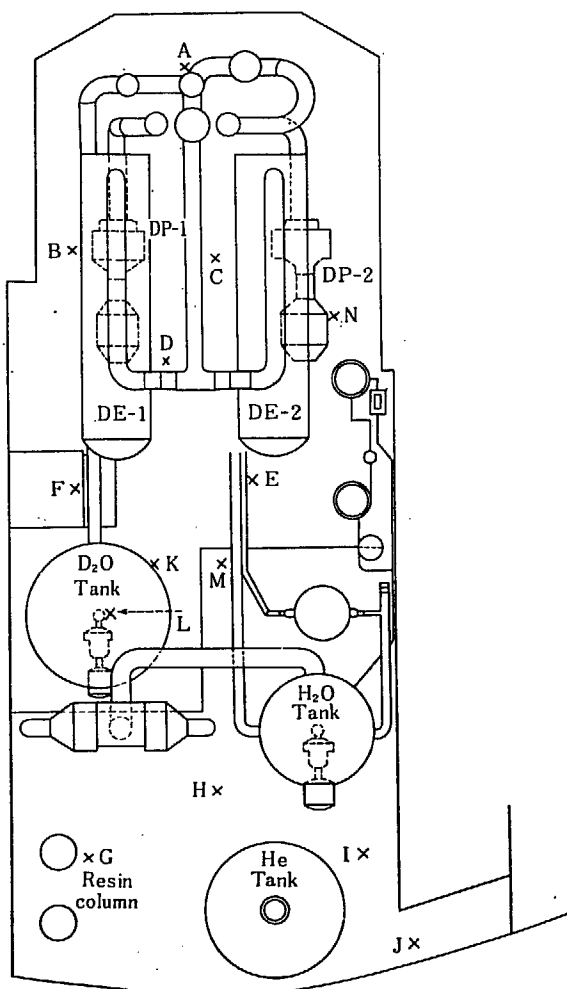


Fig. 5 Details of D₂O pump room
(x shows measuring points of the dose rate)

からの核分裂生成物と考えられる ¹³³I, ¹³¹I があるようである。この量を推定すると燃料の検査の際に得た燃料表面のウランから生じたものと考えた量にあたるので燃料の被覆が破損して生じたものとは考えられない微量である。

以上重水中の放射性核種の決定はなかなか困難な仕事であるが重要な問題なので将来も継続実施する。

5.4 実験孔内のグラファイトの温度上昇

実験孔内に挿入されたグラファイトは出力が上昇すると γ 熱により温度が上昇する。この温度上昇の値は支持方法や大きさその他で変るものであるが、相当温度が上昇すると、内部に入れる試料にも影響があり、さらに、水平実験孔では万一、グラファイトが実験孔の壁に密着した場合に、管壁の温度が上昇し周囲の軽水が沸騰するようになると問題であるので、出力上昇の際温度を測定することにした。水平実験孔の 7.5 インチ径、6 インチ径、4 インチ径、および垂直実験孔の深いものと浅いものの中にグラファイトを挿入して温度測定をおこなった。水平実験孔のグラファイトはプラグの先端に皿をつけてその上においた。垂直実験孔の場合は実験孔の底部にグラファイトを置いた。測定の記録を Fig. 6, 7, 8 に示してある。飽和温度は、3 MW で水平実験孔 7.5 インチ径 (HT-2) は 185°C, 6 インチ径 (HT-7) は 95°C, 4 インチ径 (HT-6) では 115°C であった。垂直実験孔では深いもので 40°C, 浅いものは 15°C の温度上昇がみられた発生熱としては水平実験孔で $1.5 \sim 3 \times 10^{-2} \text{ W}/\text{gr}$,

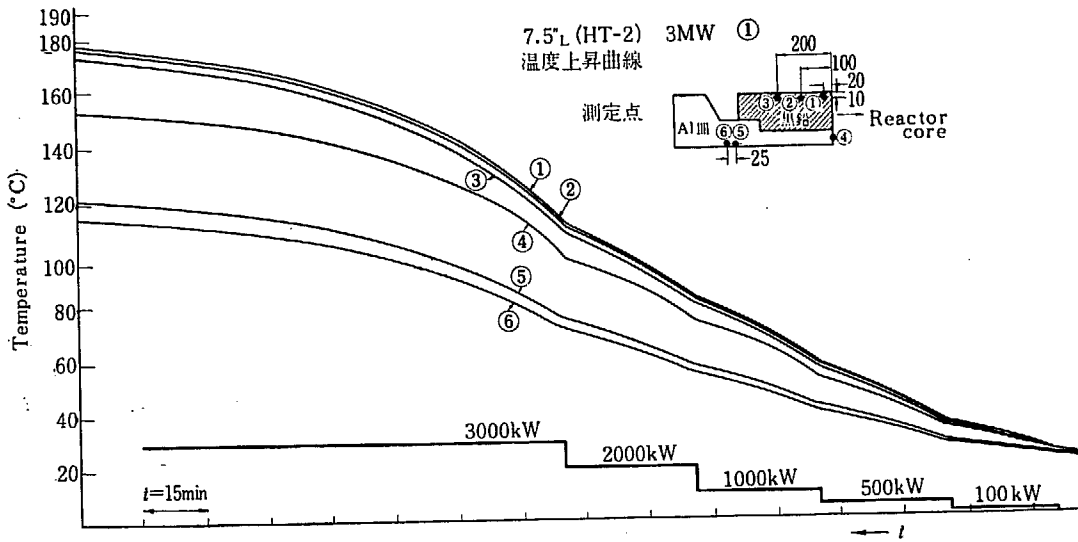


Fig. 6 Temperature increase of graphite in horizontal beam tube No. 2 at 3,000 kW operation

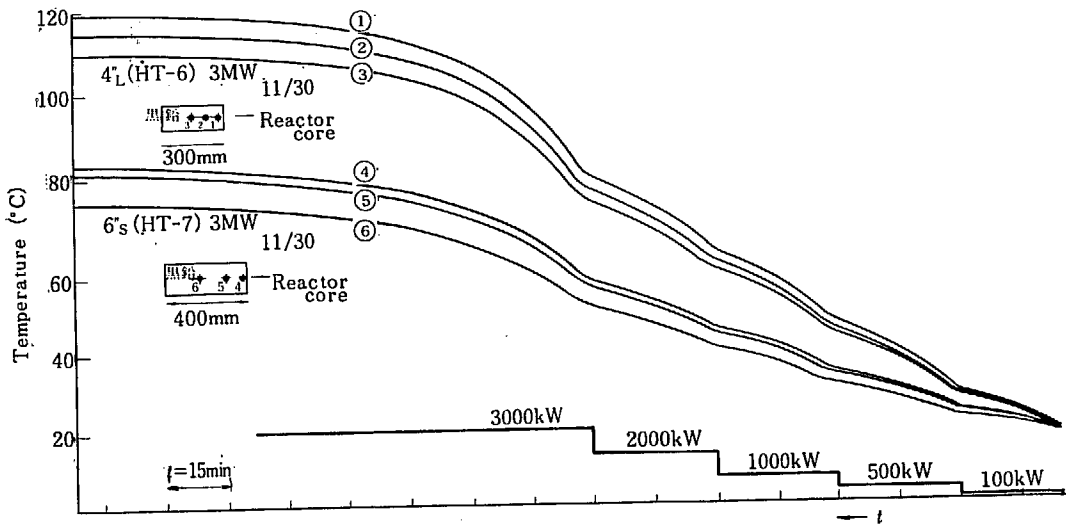


Fig. 7 Temperature increase of graphite in horizontal beam tube No. 6 and No. 7 at 3,000 kW operation.

垂直実験孔で $0.8 \sim 2 \times 10^{-2}$ W/gr となった。

6 結 言

以上第2次出力上昇試験について述べたが、JRR-2 は出力 10 MW に設計されているので、この試験はいわば一つのステップに過ぎないが、この試験によって 10 MW 運転時の種々の値の予想を出すことができた。また、出力上昇試験につづいて、2 MW での連続運転が昭和 37 年 1 月から 3 月にかけておこな

れ運転の経験をつむと同時に炉の利用面での問題点を把握した。さらに、新しい 90% 濃縮燃料と交換して臨界実験、特性測定につづいて、10 MW 目標の第3次出力上昇試験に取かかることになるであろう。

おわりにのぞみ、本試験の実施にあたって種々ご協力くださった研究炉管理部内外の関係各位、特に研究

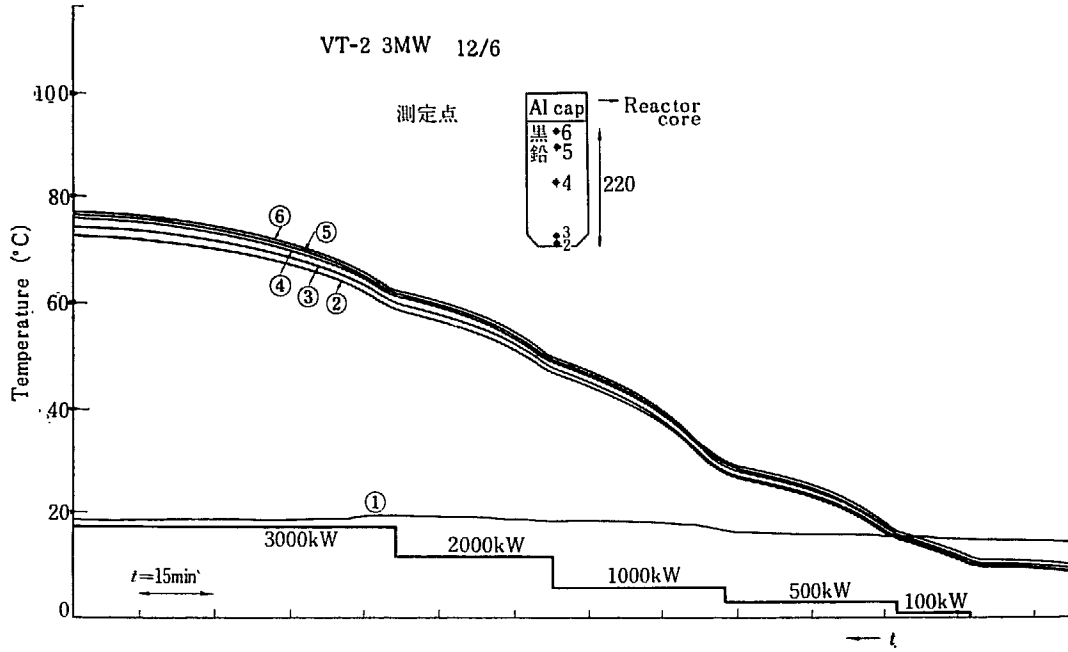


Fig. 8 Temperature increase of graphite in vertical hole No. 2 (4"φ) at 3,000 kW operation

炉業務課ならびに技術研究室の方々に謝意を表するとともに、本報告をまとめるに際して特にご助力をいた

だいた島宗、坂田の両氏に御礼申上げる。

参 考 文 献

- | | |
|---------------------------------|-------------------------------|
| 1) JAERI 7022 第3回研究成果講演会予稿集 | '61-30 JRR-2 重水中の放射性核種 I |
| JAERI 1027 JRR-2 の第1次燃料と出力上昇 | '61-33 " " II |
| 2) JAERI 1027 JRR-2 の第1次燃料と出力上昇 | 4) JAERI 1026 板状形合金板の熱的安全性の検討 |
| 3) 原研：研究炉管理部研究報告 | 討 |